

Энергетика

УДК 621.039

ТЕРМОЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА: РЕАЛЬНОСТЬ И НАДЕЖДЫ

В.Я. Ушаков

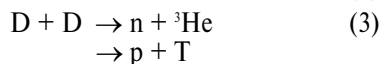
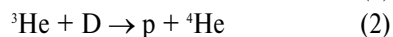
Томский политехнический университет
E-mail: rcr@tpu.ru

Показаны основные подходы к реализации термоядерного синтеза в управляемом режиме, динамика повышения параметров разрабатываемых термоядерных реакторов, а также роль международного сотрудничества в решении этой проблемы. Даны основные характеристики международного проекта ИТЭР.

Большие надежды в обеспечении энергетической и экологической безопасности возлагаются на освоение новых источников энергии и новых (альтернативных) способов получения электрической энергии. Они могут радикально улучшить использование веществ, вовлеченных в энергетические процессы, и значительно увеличить доступные для практического использования ресурсы планеты.

Прямое преобразование различных видов энергии в электрическую уже широко используется в автономных источниках энергии небольшой мощности. За последние годы мощности этих устройств настолько возросли, что в перспективе некоторые из них (например, топливные элементы) могут найти применение в большой энергетике. Не освоенным для нужд энергетики остается синтез легких элементов в управляемой реакции термоядерного синтеза (УТС), который может стать практически неисчерпаемым источником энергии.

Для использования в энергетике рассматривают три основные реакции:



Здесь D и T — изотопы водорода — дейтерий и тритий, n, p — нейтроны и протоны, соответственно, ${}^3\text{He}$, ${}^4\text{He}$ — трех- и четырехзарядные ядра гелия, т. е. альфа-частицы.

В реакции (1) рождаются нейтрон, альфа-частица и 17,6 МэВ энергии, из которых 80 % приходится на долю нейтрона.

Реакция (2) не дает нейтронов и последующей наведенной радиоактивности, но также сопровождается выделением большого количества энергии.

Реакция (3) может идти по двум путям: либо с выделением нейтрона и альфа-частицы, либо — протона и трития.

Наибольший интерес представляют реакции (1) и (2). Первая — благодаря наибольшему количеству выделяющейся энергии, вторая — вследствие более простого решения проблемы «топлива» и отсутствия наведенной радиации.

Одна из компонент «топлива» — дейтерий — сравнительно легко доступна. В природе дейтерий содержится в воде: один из каждых 6700 атомов водорода имеет дейтериевое ядро. Тритий радиоактивен, имеет период полураспада 12,3 г. и поэтому в природе в больших количествах отсутствует. Однако его можно нарабатывать из лития или его солей, если изготовленной из них оболочкой (бланкетом) окружить стенки вакуумной камеры реактора. Нейтроны, вылетевшие из плазмы, при взаимодействии с литием отдают большую часть энергии на нагрев лития, но кроме того, каждый из них производит в среднем полтора атома трития. Дейтерий — тритиевое топливо для термоядерной электростанции обладает колоссальным энергосодержанием. Десятков килограммов такого топлива хватит, чтобы обеспечить энергией всю Россию в течении года.

Вторая проблема, возникающая при реализации реакции (1), — наведенная радиация — обусловлена трансмутацией ядер материалов, образующих структуру реактора и его компонентов, под действием быстрых нейтронов. Правильный выбор конструкционных материалов позволит поддерживать ее на безопасном уровне.

Реакция (2) привлекательна прежде всего тем, что необходимое для неё «топливо» — гелий-3 (${}^3\text{He}$) — в огромных количествах (порядка 500 млн т) находится на Луне. В недрах Земли его наберется не

более нескольких сотен кг. На заседании Президиума РАН в 2003 г. директор Института геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского академик Э. Галимов заявил: «...Имеются серьезные проекты ее (Луны) использования в энергетике будущего. ...Один из возможных путей решения проблемы (энергодефицита – В.У.) связан с применением гелия-3 в термоядерном синтезе, с его добычей и доставкой с Луны».

Сразу несколько стран заявили об амбициозных планах добычи на Луне полезных ископаемых, прежде всего гелия-3: США, Россия, Китай, Индия, Япония, Европейское космическое агентство и др. Так, например, США планируют сооружение на Луне промышленных установок по добыче гелия уже к 2024 г. Стоимость проекта оценивается гигантской суммой в 100 млрд долларов США. Тем не менее, специалисты считают этот проект не просто рентабельным, но и высокоприбыльным. К 2020 г. будут возобновлены регулярные полеты к Луне на новом поколении пилотируемых исследовательских кораблей, которые придут на смену шаттлам. Строительство первой лунной базы планируется на южном полюсе Луны, который выглядит предпочтительным с точки зрения работы солнечных батарей и энергообеспечения станции. Астронавты – строители станции – смогут находиться в лунных условиях не больше недели, поэтому строительство будет вестись вахтовым методом. Регулярная доставка людей и грузов на Луну будет осуществляться еще одним новым космическим кораблем «Орион». После постройки базы люди на ней смогут работать до полугода. Руководство НАСА предполагает сделать проект лунной базы международным, по типу МКС. Предложение участвовать в проекте, вероятно, будет сделано России, Евросоюзу и Японии.

На пути колонизации Луны стоит международное право, а конкретнее – «Договор о принципах деятельности государств по исследованию и использованию космического пространства, включая Луну и другие небесные тела». Что касается Луны, то имеются «лазейки», которые могут быть использованы, чтобы обойти этот Договор. Подкомитету ООН по мирному использованию космического пространства предстоит навести порядок с правовым статусом Луны и, в первую очередь, закрыть юридическую лазейку, позволяющую бесконтрольно заниматься частным предпринимательством в космосе.

Пока усилия физиков сосредоточены на технологическом воплощении реакции (1), т. е. на синтезе дейтерия и трития. Заботы о топливе для УТС кажутся несколько преждевременными при анализе проблем с его реализацией, над которыми физики работают уже более 50 лет. (Производимого на сегодня в мире количества лития (~5 кг) достаточно для запуска термоядерного реактора [1]). Многолетние исследования УТС показали, что создание промышленного реактора, как оказалось, – дело

достаточно отдаленного будущего. Чтобы преодолеть естественное электрическое отталкивание, ядра должны обладать значительной энергией. Температура дейтерий-тритиевой смеси должна достигать, по крайней мере, $5 \cdot 10^7$ К (4,5 кэВ). Дейтерий-тритиевая смесь в этом случае представляет собой плазму, состоящую из положительно заряженных ядер и электронов. Поддержание такой высокой температуры в плазме было и остается до сих пор одной из важнейших задач термоядерных исследований. Охлаждение плазмы происходит в результате нескольких процессов: излучение электромагнитной энергии при столкновениях заряженных частиц, «унос» тепла быстрыми нейтронами в огромных количествах покидающих плазму, излучение, теплопроводность и турбулентная конвекция частиц плазмы и др. Можно постоянно поддерживать реакцию, подводя энергию извне с помощью радиочастотных волн или пучков высокоэнергетичных нейтральных частиц. Однако существует эффективный самоподдерживающийся источник дополнительного тепла – быстрые α -частицы (с энергией около 3,5 МэВ), которые рождаются в плазме и отдают свою энергию ее частицам. Эти ядра гелия являются «золотой» термоядерных реакций.

Чтобы запустить процесс самоподдерживающихся термоядерных реакций, необходимо какое-то время удерживать высокотемпературную плазму, изолировав ее от стенок. Возможные способы решения этой задачи представлены на рис. 1 [1]. На Солнце и в звездах гравитация удерживает плазму постоянно, и поэтому реакция синтеза там идет при температурах (~15 млн град) много ниже тех, которые необходимо создать на Земле.

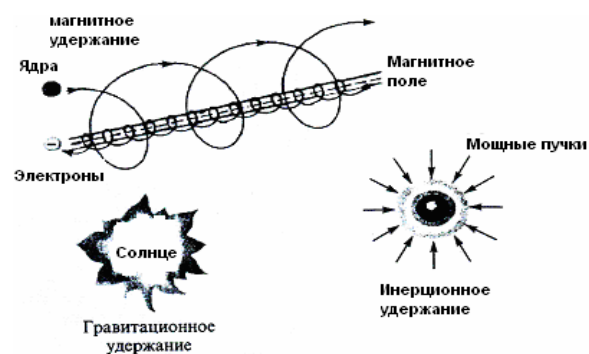


Рис. 1. Способы удержания высокотемпературной плазмы [1]

Другой способ – это так называемое «инерциальное удержание». Специальная, заранее подготовленная мишень, содержащая термоядерное горючее высокой плотности, быстро обжимается ионными, лазерными или рентгеновскими пучками для повышения температуры до критического значения, рис. 1. (Один из подобных приемов реализован в водородной бомбе). Наконец, есть еще схема с использованием магнитного поля для термоизоляции плазмы, которая на сегодня является наиболее близкой к осуществлению в промышлен-

ных масштабах. Впервые принцип тепловой изоляции плазмы электрическим полем с целью промышленной утилизации термоядерной реакции предложил в 1945 г. учащийся вечерней средней школы на Сахалине О.А. Лаврентьев.

1. Реакторы с магнитным удержанием плазмы

Произведение времени, за которое тепло уходит из плазмы, (времени удержания энергии или энергетического времени) τ и плотности плазмы n характеризует способность плазмы удерживать свое тепло и называется параметром качества удержания. Чтобы термоядерные реакции могли самоподдерживаться и давать полезную энергию, произведение $n\tau$ должно быть больше $2 \cdot 10^{20}$ с/м³ (критерий Лоусона), при температуре $T=10,0$ кэВ (около 10^8 К). Таким образом, цель термоядерных исследований и разработок заключается в том, чтобы достичь значения произведения трех величин: n , τ , T около $2 \cdot 10^{24}$ с·эВ/м³.

Наиболее близко к достижению этих условий подошли в настоящее время термоядерные устройства, называемые **токамаками**. Предложенная в начале 1950 г. советскими физиками А.Д. Сахаровым и И.Е. Таммом, эта установка получила название от сокращения слов «**Т**ороидальная **К**амера с **М**агнитной **К**атушкой». Принципы, лежащие в основе работы этого устройства, относительно просты, рис. 2 [2].

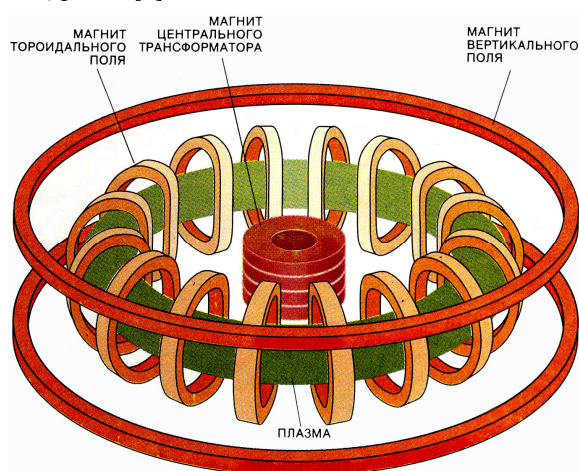


Рис. 2. Три системы магнитов токамака [2]

Сначала плазму получают в вакуумной камере, имеющей форму тора или бублика. Система электромагнитов, расположенных снаружи камеры, создает тороидальное магнитное поле, направленное вдоль оси тора. Поле действует как шланг, который поддерживает давление внутри плазмы и препятствует ее контакту со стенками камеры.

Другая система электромагнитов, расположенных в центре тора, индуцирует в плазме электрический ток, который протекает в тороидальном направлении. Этот ток нагревает плазму до температуры около 1 кэВ. Плазменный ток создает свое магнитное поле, охватывающее тороид. Это поле предотвращает дрейф плазменных частиц за преде-

лы основной области магнитного удержания. Наконец, внешние проводники генерируют вертикальное магнитное поле, удерживающее плазменный шнур от движений вверх и вниз, влево и вправо внутри камеры.

К середине 60-х годов прошлого века советские физики во главе с академиком Л.А. Арцимовичем в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова сумели получить такие результаты, которые убедили физиков других стран в перспективности метода удержания плазмы в токамаках для реализации УТС. После того как они были доведены до сведения международной научной общности (доклад И.В. Курчатова во время визита в Великобританию правительственной делегации во главе с Н.С. Хрущевым в 1956 г.), исследования по управляемому термоядерному синтезу приобрели международный характер, поскольку примеру Советского Союза последовали и другие страны. Оказалось, что, работая независимо друг от друга в условиях строгой секретности, ученые разных стран пришли к одинаковым идеям осуществления УТС, хотя на начальных этапах рассматривались и другие идеи и схемы: идея так называемого стеллятора, предложенная Я. Спитцером в 1951 г. (удержание плазменного шнура внешним винтовым магнитным полем), концепция открытой магнитной ловушки, предложенная академиком Г.И. Будкером и Р. Постом (1953 г.). Стало очевидным, что реализация в металле этой, казалось бы простой, идеи сопряжена с огромными трудностями, требующими объединения усилий. Скоординированные действия физиков ведущих стран мира позволили разработать различные модификации конструкции токамака, которые представляют собой огромные сложные сооружения, рис. 3.

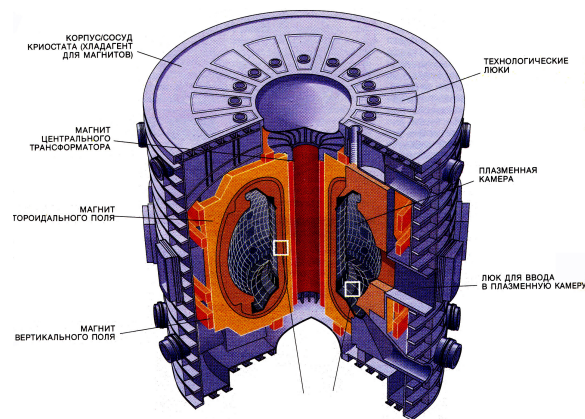


Рис. 3. Основные узлы токамака [2]

На сегодня в наиболее мощных экспериментальных установках этого типа — токамак JET (Joint European Torus), токамак JT-60 в Японии, экспериментальный термоядерный реактор-токамак TFTR (Tokamak Fusion Test Reactor) и установка DIII-D в США — достигнуты температура плазмы 30 кэВ и параметр качества удержания $2 \cdot 10^{19}$ с/м³. Производство $n\tau T$ в течение 1970–1990 гг. удалось увели-

чить более, чем в 100 раз, рис. 4 [1]. Эта величина удваивалась в среднем за каждые 1,8 года. Начиная с 1970 г., мощность, выделяемая в термоядерных реакциях на различных токамаках, выросла на 12 порядков, рис. 5.

Основным результатом работ по проблеме УТС за первые 30 лет является экспериментальное подтверждение осуществимости удержания плазмы с высокими термоядерными параметрами, наиболее эффективное в замкнутых магнитных ловушках типа токамак.

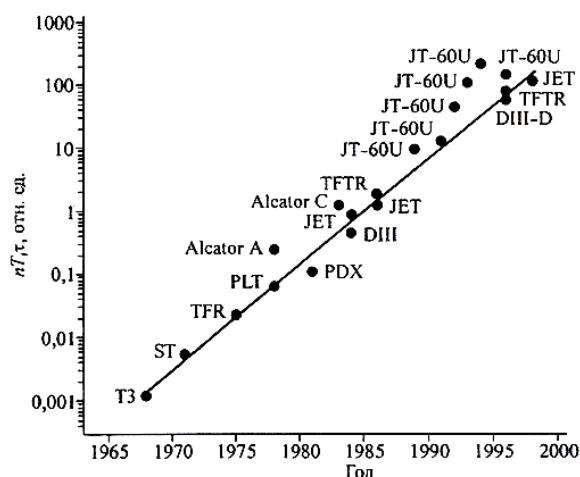


Рис. 4. Темпы роста тройного произведения $n\tau T$ [1]

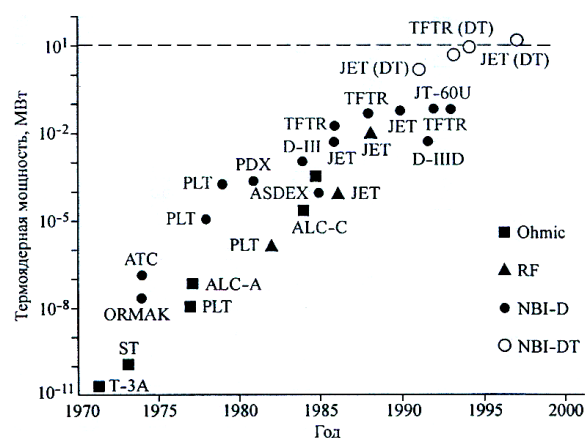


Рис. 5. Рост мощности термоядерных реакторов по годам [1]

В последующем на токамаках разных конструкций были получены отдельные рекордные параметры: на токамаке JET – ионная температура ($4 \cdot 10^8$ K), и мощность, превышающая 16 МВт, на TORE-SUPRA – время удержания 4,5 мин, на JT-60U – термоядерный выход $Q=1.24$.

Для того, чтобы сделать решающий шаг к достижению конечной цели потребовалось вывести международное сотрудничество на качественно новый уровень. Новый этап сотрудничества в решении проблемы УТС начался в 1985 г., когда во время встречи в Женеве лидеров СССР и США (М.С. Горбачева и Р. Рейгана) они призвали к совместной работе по овладению термоядерной энер-

гией «на благо всего человечества». В ответ на этот призыв инженеры и ученые, участвующие в четырех ведущих программах исследований по термоядерному синтезу, проводимых в странах ЕС, Японии, СССР и США, пришли к соглашению начать в 1987 г. совместное проектирование экспериментальной термоядерной установки. Они назвали ее ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor); в русском обозначении – ИТЭР. Позднее к ним присоединились Китай и Южная Корея. Желание принять участие в проекте изъявили также Индия и Бразилия. Основными целями проекта ИТЭР являются достижение условий зажигания и длительного термоядерного горения, которые будут типичны для реального термоядерного реактора, а также испытание и демонстрация технологий для практического использования управляемого синтеза.

Реактор ИТЭР будет самым большим из когда-либо построенных токамаков – его высота 30 м, диаметр 30 м. Объем плазмы в установке – 850 м³, ток в плазме – 15 МА, напряженность тороидального магнитного поля – 5,3 Тл. Термоядерная мощность установки в разных режимах 500...900 МВт будет поддерживаться в течение 400 с. В дальнейшем это время предполагается довести до 3000 с, что даст возможность проводить на реакторе первые реальные исследования физики термоядерного горения в плазме. На рис. 3 в разрезе показаны отдельные узлы этой установки.

Проект ИТЭР рассчитан более чем на 20 лет и включает три стадии: строительство (9–10 лет), работа с водородной плазмой (5 лет), работа с тритием (7 лет). В 2006 г. три ученых: Евгений Велихов (Россия), Масаджи Йошикава (Япония) и Роберт Аймар (Франция) удостоены премии «Глобальная энергия» за разработку научно-технических основ создания ИТЭР.

На первой физической стадии исследователи попытаются достичь условий зажигания и стационарного поддержания плазмы и условий для дейтерий-тритиевого синтеза, будут изучать эффекты нагрева плазмы α -частицами, динамику и контроль горения плазмы, а также диффузию и удаление гелия после того как ядра гелия отдали всю энергию плазме. На этой стадии будут также отрабатываться и многие технологии: эксплуатация сверхпроводящих магнитов, системы нагрева плазмы и поддержания тока, устройств для введения топлива и удаления «зола», систем дистанционного обслуживания и внешних обеспечивающих систем. На многолетней технологической стадии будут решаться технические и инженерные проблемы, определяться интегральные характеристики и надежность оборудования, а также испытываться альтернативные материалы и конструкции.

Конструирование и инженерные разработки должны привести к созданию реактора, который благодаря синтезу дейтерия и трития сможет генерировать мощность 1000 МВт при термоядерном

выходе на три порядка величины больше, чем достигнут на установке JT-60U. ИТЭР – предпоследний этап на пути к практическому использованию УТС. Научные и инженерные знания, полученные в экспериментах на ИТЭР, должны привести к сооружению в Японии демонстрационной термоядерной электростанции, по-видимому, к 2050 г. (проект ДЕМО). Ее мощность составит примерно 1,5 ГВт; стоимость 1 кВт·ч – примерно в 2 раза выше, чем сейчас в нашей стране. В перспективе мощность таких станций будет возрастать, а стоимость вырабатываемой ими энергии снизится до уровня стоимости энергии АЭС.

Разработка технического проекта ИТЭР завершена в 2001 г., а в 2005 г. после длительных переговоров официальные представители стран-участниц объявили о достижении согласия относительно места строительства первого демонстрационного реактора и переходе к практической реализации проекта. Выбор сделан в пользу французской площадки Кадараш вблизи г. Марселя, на которой с 1988 г. располагается сверхпроводящий токамак TORE-SUPRA. Официальное подписание соглашения о его запуске состоялось в г. Париже 21 ноября 2006 г.

Для того чтобы обеспечить гарантированно безопасную доставку крупнотоннажного и крупнобаритного оборудования в Кадараш, (например, блоки канала для удержания плазмы имеют габариты 12×8×8 м, вес – до 600 т), Франция взяла обязательства реконструировать и укрепить 96 км пути, которые отделяют стройплощадку от Марселя – ближайшего морского порта. Предстоит расширить и укрепить 26 мостов и обустроить новые пути в объезд существующих тоннелей. Только сооружение ИТЭР потребует около 4,6 млрд €, а общая стоимость проекта – 10 млрд €. Доли стран – участниц распределяются следующим образом: Евросоюз – 50 %, США, Япония, Китай, Республика Корея и Россия – по 10 %. Доля Индии в 500 млн € составит резервный фонд.

Участие России в проекте ИТЭР будет заключаться в изготовлении и поставках основного технологического оборудования по согласованному списку и денежном взносе – все вместе это и составит российские 10 % от полной стоимости сооружения реактора. Российским национальным центром координации всех работ по ИТЭР будет РНЦ «Курчатовский институт». Всего в проекте участвуют более 200 российских организаций.

По оптимистическим прогнозам проекты ИТЭР и ДЕМО будут успешно выполнены, и во второй половине нынешнего столетия вклад термоядерной энергетики в общемировую станет вполне ощутимым, а к 2100 г. мощность термоядерных электростанций достигнет 100 ГВт.

2. Реакторы с инерционным удержанием плазмы

Инерционное удержание плазмы и, соответственно, инерционный термоядерный синтез (ИТС) был предложен в СССР в середине 60-х гг. прошедшего столетия. Это направление, во многом альтернативное первому, ориентировано на то, что бы, не затрачивая усилий на удержание плазменных сгустков, создать такие условия (плотность), при которых основная часть термоядерного топлива «сгорала» бы до того как оно разлетится. При этом трудности, которые в токамаке заключаются в удержании плазмы, трансформировались в задачу нагрева ее за очень малое время. Временные параметры этого процесса определяются инерцией топливной смеси, поэтому нагрев должен осуществляться за время порядка 10^{-9} с. В настоящее время создание импульсных реакторов находится на стадии физических исследований и обоснования концептуальных проектов [3]. Усилия ученых привели к тому, что в настоящее время по ряду параметров импульсный «термояд» начинает конкурировать с магнитным удержанием плазмы.

Возможность создания термоядерных реакторов, работающих короткими импульсами при воздействии лазерных лучей или ионных пучков, в значительной мере зависит от успехов в разработке лазеров и сильноточных ускорителей с высоким КПД [4]. Необходимо увеличить КПД разогревающих лазеров до 10...15 % вместо существующих 0,3 %, увеличить частоту импульсов до 10–100 вспышек в секунду. В полной мере эти проблемы относятся и к пучковому варианту ИТС. В обоих вариантах весьма сложной проблемой является механическая и термическая устойчивость реактора, способного длительное время выдерживать повторяющиеся с такой частотой взрывы дейтерий-тритиевых мишеней. При взрыве только одной мишени (таблетки) выделяется энергия в десятки кВт·ч. Актуальной проблемой остается чрезвычайно высокая цена энергии, которую будут вырабатывать ИТС-реакторы [3]. Но, тем не менее, сейчас это – одно из важнейших направлений, оно продолжает развиваться в Великобритании, Франции, Америке, Японии, России.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кругляков Э.П. Перспективы термоядерной энергетики // В кн.: Проблемы развития российской энергетики: Матер. научной сессии Президиума СО РАН, г. Новосибирск, 24 февраля 2005. – Новосибирск: Изд-во СО РАН, 2005. – С. 118–134.
2. Конн Р.У., Чуянов В.А., Иное Н., Свитлин Д.Р. Международный термоядерный экспериментальный реактор // В мире науки. – 1992. – № 6. – С. 43–49.
3. Смирнов В.П. Путь к свету // Поиск. – 2005. – № 50(864). – С. 12.
4. Месяц Г.А. Импульсная энергетика и электроника. – М.: Наука, 2004. – 704 с.

Поступила 19.09.2007 г.